

NRS-TM
75813
179-14412
179-14412

プレストレストコンクリート原子炉圧力容器 (PCRВ) 構造物に関する研究

—II-5 1/20模型の3次元有限要素法によるひびわれ解析—

PCRВ 研究グループ

Study on Prestressed Concrete Reactor Vessel (PCRВ) Structures

—II-5 Crack Analysis of 1/20 Multicavity Type PCRВ
Subjected to Internal Pressure
by Three-dimensional Finite Element Method—

PCRВ Research Group

Abstract

This report describes the propriety and the practicability of three-dimensional nonlinear finite element analysis for PCRВ structures subjected to internal pressure by comparing calculated results with test results. Because a PCRВ is composed of a number of structural materials and its configuration is very complex, it is most difficult to precisely analyze the inelastic behavior up to the ultimate load capacity. At first, therefore, a nonlinear analysis considering concrete cracking only was attempted. As a result, it was found possible to predict the behavior of a PCRВ up to three times the design pressure, and calculated results agreed well with test results.

概要

本報は、3次元有限要素法を用いて、内圧を受けるPCRВの非線形挙動を解析した結果と実験結果を比較検討することにより、本解析方法の妥当性・実用性について論じるものである。

PCRВは多種類の材料で構成され、さらに、その形状が複雑なため、終局的な破壊機構に至るまでの非線形挙動を正確に解析することは極めて困難である。それゆえ、先ず第一段階として、コンクリートのひびわれ破壊による非線形性のみ考慮して解析を試みた。その結果、本解析方法によれば、設計内圧 (50 kg/cm²) の約3倍まで解析可能であり、かつ、その結果は実験結果と良く一致し、PCRВの破壊性状をかなり詳細に把握できた。

1. 序

報告 (II-3)¹⁾ に於いて、構造物の幾何学的形状から3次元応力解析が必要とされるマルチキャビティ PCRВ を軸対称回転体構造物に置換し、弾性域から終局耐力時に至るまでの非線形有限要素解析を行った結果、内圧を受ける構造物の弾性応答、非弾性応答及び終局耐力について巨視的に評価することはできた。しかし、この手法では軸対称性を持たないコンクリートひび割れのような局所的なメカニズムの変化を無視しているため、そのようなひびわれの影響を無視できない構造物に対してはこの手法を適用することはできず、一般性があるとは言えない。

一方、PCRВ の3次元形状を忠実にモデル化して、終局耐力に至るまでの非線形挙動を解析する方法は、現在のところ、確立されていない。その理由とし

て、コンクリートの3軸応力下における破壊構成則や鋼材とコンクリートの相互作用が十分に解明されていないことと、演算コストの面で経済性に欠ける点が揚げられる。

ここでは、筆者が先に報告した一つの解析方法²⁾のうち、コンクリートのひびわれ破壊のみを考慮してPCRВの解析を試みた結果と、実験結果¹⁾、報告 (II-3) の解析結果の3者を比較し、3次元有限要素法によるひびわれ解析の妥当性・経済性について述べる。

2. 解析方法の概要

解析方法の詳細は文献4)の該当箇所を参照されたい。各構成材料は常に弾性体であるとし、コンクリートのひびわれ破壊による非線形性のみを考慮している。

トップスラブ、スタンドパイプ領域の諸定数は報告 (II-4) の結果よりコンクリートの弾性定数に等価で

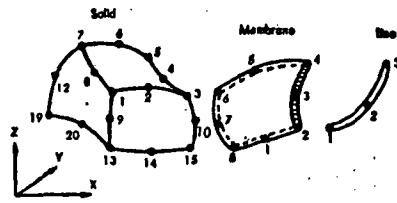


図-1 有限要素

あるとした。本解析に用いた有限要素を図-1に示す。コンクリートを20節点6面体要素、ライナーや耐圧板などの鋼板を8節点膜要素、緊張材や鉄筋を3節点線要素に置換した。報告(II-2)¹⁾の1/20 PCRV 模型を、その対称性を考慮して、図-2のようにモデル化した。この解析モデルは、6面体要素数139、膜要素数79、線要素数430より構成され、総節点数は990である。各要素の剛性はガウスの求積法によって求め、ガウスの積分点における応力度を用いてひびわれ破壊の判定を行っている。ガウスの積分点数は6面体要素を $2 \times 2 \times 2$ 、膜要素を 3×3 、線要素を2とした。繰返し計算の収束判定法はいろいろあるが、ここでは煩雑さを避けるために、系全体の不釣り合い節点力の大きさによって判定している。線形方程式の解法にはIronのFrontal Solution Programを用いた。

3. 解析結果

材料の弾性定数とコンクリートの引張強度は報告(II-3)と同じ値を用いた。計算は割線係数法によって進め、荷重増分の大きさを内圧 10 kg/cm^2 とした。荷重増分回数15のとき局所的にライナーや鉄筋要素が弾性限を越えたため計算を打ち切った。演算時間は、IBM370/158を使って、CPU 約12時間であった。

3.1. 弾性挙動

設計内圧(50 kg/cm^2)以下の試験体の4箇所における荷重-変位関係を図-3に示す。図中の2-Dは文献²⁾

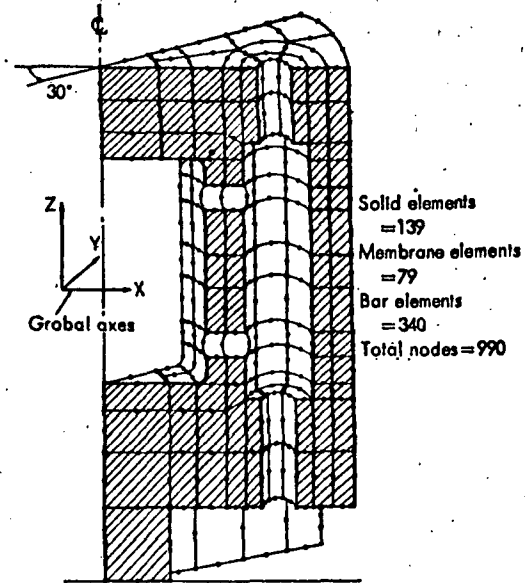


図-2 解析モデル

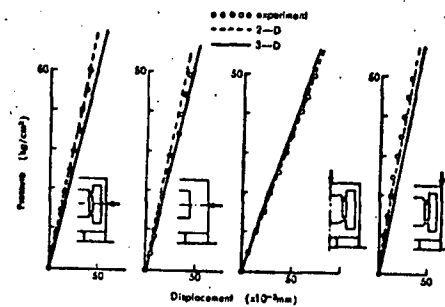


図-3 弾性範囲内における荷重-変位関係

の解析値、3-Dは3次元FEMによる本解析値を意味している。またこれらの値は、プレストレス力を導入した後で、内圧が零のときを原点としている。3-Dによる側壁の変位は実験値、2-Dの者に比べてほんの僅か大きくなっている。一方、トッスラブの鉛直方向変位では、3-Dが中央で小さく、外周で大きくなって

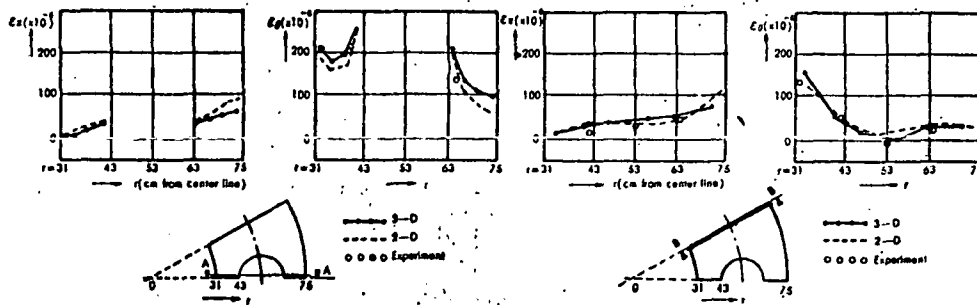


図-4 内圧 50 kg/cm^2 時における側壁中腹断面内のA-A線分とB-B線分上のひずみ ($\epsilon_x, \epsilon_\theta$) 分布

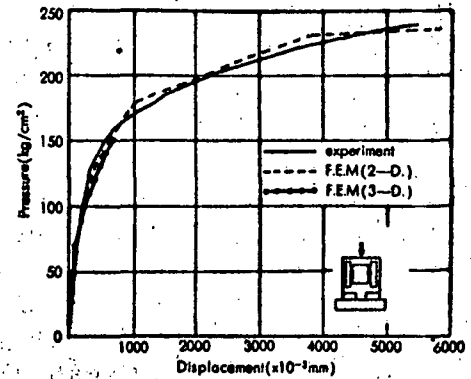
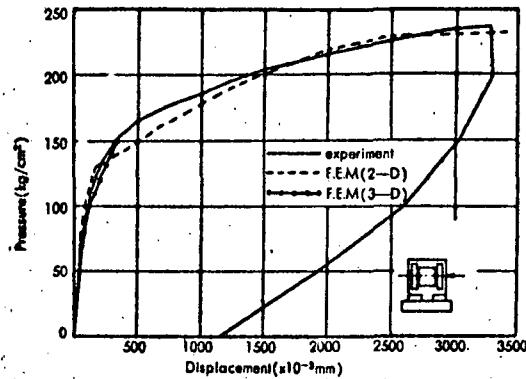


図-5 側壁中腹位置キャビティ外側とトップスラブ中央の荷重-変位関係

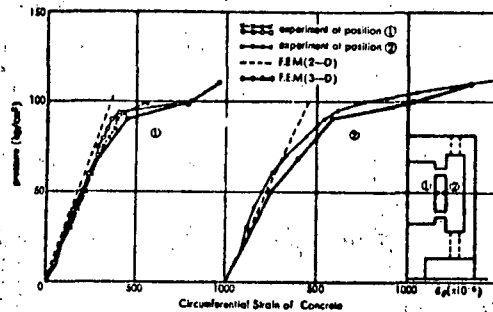


図-6 側壁中腹内側コンクリートの荷重と円周方向ひずみの関係

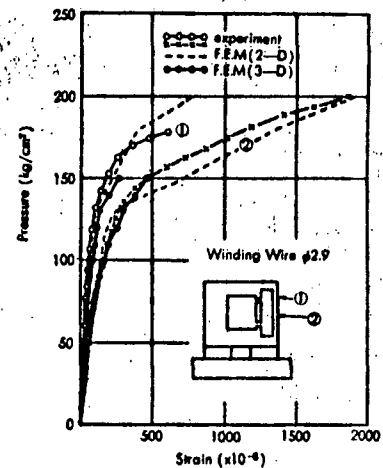


図-7 側壁外周緊張材の荷重-ひずみ関係

いる。設計内圧時の側壁中腹水平断面上における鉛直方向ひずみ(ϵ_z)と円周方向ひずみ(ϵ_θ)の分布をそれぞれ3者比較して図-4に示す。両解析値ともにひずみ分布性状をよく把握しているといえる。

3.2. 非弾性挙動

トップスラブ中央と側壁中腹キャビティ外側の荷重-変位関係を図-5に示す。3-Dの値は内圧90 kg/cm²からひびわれ破壊による非線形性が現われ、しかも実験値より変位が若干大きくなっている。側壁中腹内側コンクリートの荷重と円周方向のひずみ関係を図-6に示す。内圧90 kg/cm²時に、ひびわれ破壊によってひずみが流れ始めている。同じ傾向が実験値にもみられる。側壁外周緊張材の荷重-ひずみ関係を図-7に示す。

特定荷重時の鉛直断面上の変形状態を実験値と比較して図-8に示す。図はキャビティ中心を通るA-A断面とサポート部の中心を通るB-B断面について、それぞれ、プレストレス力、内圧50、120 kg/cm²のときの変形状態を示す。図より、各荷重時における変形状態がよくわかる。内圧120 kg/cm²のとき、トップスラブの変形が実験値に比べてかなり大きくなってい

る。図-9はコンクリートのひびわれ破壊領域の進行状態を主要断面について図示したものである。内圧100 kg/cm²のとき、A-A断面上の側壁はほぼ全域にわたって、ひびわれ破壊を生じたが、B-B断面上では隅角部だけであった。また各レベルにおける水平断面上では、キャビティ周辺にひびわれがかなり生じていることがわかる。表-1に各部のひびわれ発生荷重をそれぞれ解析値と実験値(3-D、2-D)を比較して示す。なお、実験値は測定したひずみを各対称位置ごとに平均化して求めた推定値である。実験値は全体的にひびわれ発生荷重が大きい。内部ひびわれ状態を調べるために、実験後、試験体を写真-1のようにカットした。試験体のひびわれ状況は図-9とほぼ同じであった。

4. まとめ

8次元有限要素法によるPCRVのひびわれ解析を行った結果、下記の事例がまとめとしていえる。

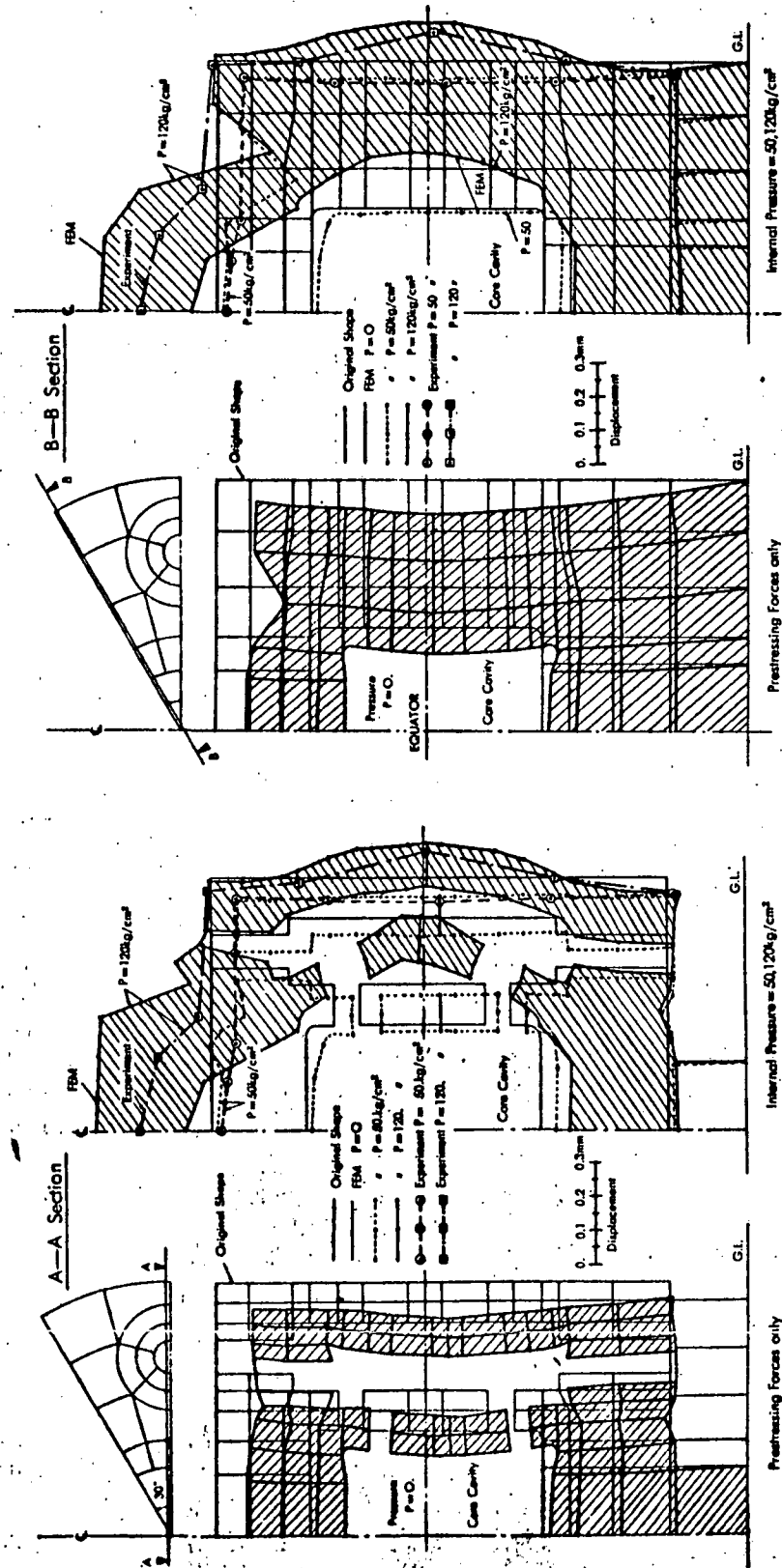


図-8 外力がそれぞれ、プレストレスカのみ、内圧50、120 kg/cm² 時の試験体の変形状

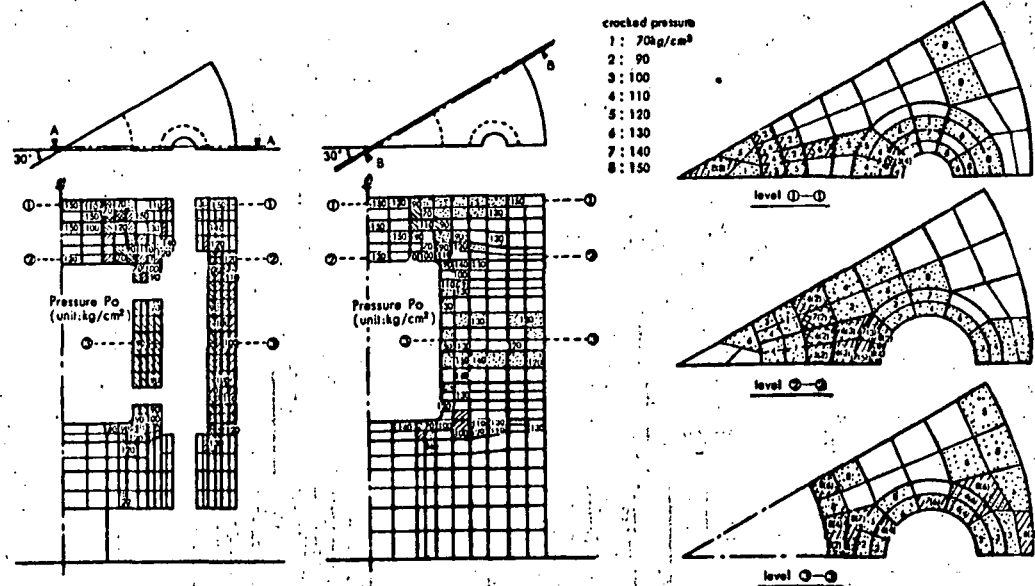


図-9 3-D解析による特定断面内のひびわれ進行状態

	Location	Pressure P (kg/cm²)		
		FEM (3-D)	FEM (2-D)	experiment
Radial crack	upper center of the top head slab	70	85	120
	equator of the inner side wall	90	105	100
	equator of the outer side wall	100	130	120
Circumferential crack	upper center of the top head slab	110	85	120
	top corner of the inner side	70	70	90
	bottom corner	70	85	90~100
	equator of the outer side wall	120	115	120

表-1 ひびわれ発生荷重

- 1) 本解析モデルは、用いた要素の種類、要素分割数、積分点数等に関し、PCRVRの全体的な非線形挙動を得るに十分なものであった。
- 2) ひびわれ破壊性状は実験結果に良く一致しており、3次元的な内部ひびわれの発生経過がかなり解明できた。
- 3) 本解析によれば、設計内圧の約3倍ぐらいまで解析可能であり、またそれ程不経済ではない。さらに、全体的な挙動のみを求めるのであれば、もっと粗く要素分割されたモデルの解析で十分と思われる。
- 4) 報告(Ⅱ-3)の2-D結果は、特定位置における挙動が実験値に一致しており、演算コストにおける経済性が良い。それゆえ、この手法はPCRVRを略算設計する場合に適している。
- 5) PCRVRの内圧による非線形挙動はほとんどコンクリートのひびわれ破壊と鋼材の塑性化に依るものと考えられる。それゆえ、終局耐力に至るまでの解析を行なうには、本解析コードに鋼材の塑性問題を考慮すれば可能であろう。この問題については、現在検討

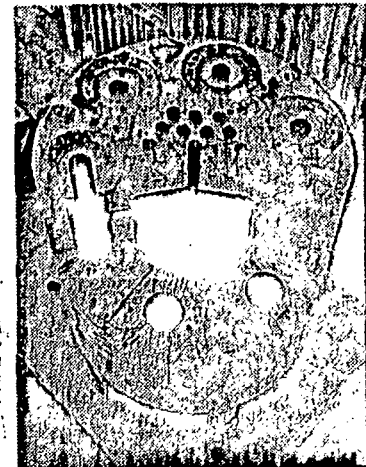


写真-1 試験体のひびわれ破壊状態

中である。

参考文献

- 1) “プレストレスコンクリート原子炉压力容器 (PCRVR) 構造物に関する研究 (Ⅱ-2 1/20マルチキャビティ型 PCRVRモデル内圧実験)” 大林組技術研究所報 No. 9 (1974)
- 2) “同題(Ⅱ-3マルチキャビティPCRVRの内圧による非弾性挙動)” 大林組技術研究所報 No. 10 (1975)
- 3) 井元・武田 “3次元連続体の非線形有限要素解析 (第1報)” 大林組技術研究所報 No. 11 (1975)

(文責 井元勝彦)

Present status of the production and development of the valves for nuclear use in Japan is reviewed. As introduction, the features of quality control, production and inspection cost, and required time of delivery are generally discussed. Those features stem from the needs for high safety and reliability. It is explained that the cost of the valves for nuclear use is generally three times as high as that of the valves for conventional thermal plants. In the second part, some examples of the valves for nuclear use are shown. Their present situation and recent trends of design, structure, strength, function, materials, and manufacturing are explained in some detail. The significance of quality assurance is also stressed with reference to the N-stamp system of ASME SECTION III. Needs for valve testing facilities and consideration of valve maintenance are also emphasized. Some tools invented for the valve maintenance within a reactor containment vessel are explained. Finally, the importance of promoting standardization and smooth procurement of materials is explained.

22416 Fastening device restricting load. Millman, R.S.; Morley, J.G.; Ramsay, H.T. (to National Research Development Corp., London (UK)). French Patent 2,275,678/A/. 2 Jun 1975. 13p. (In French).

Available from Institut National de la Propriete Industrielle, Paris (France); priority claim: 3 Jun 1974, UK.

The invention relates to fastening devices restricting load. It deals with a device comprising a bolt threaded in a nut, said device being provided with wires clamped between cross-pieces, the load applied between the bolt and nut, therefore between two plates, being restricted by the friction forces between said wires and cross-pieces. This can be applied to the mounting of burst-panels on the pressure vessels used in nuclear industry.

22417 Gripping appliance for oblong bodies which are inserted into and removed from holding fixtures, especially for fuel elements and control rods in a nuclear reactor. Hoffmeister, B. (to Krupp (Friedr.) G.m.b.H.). German (FRG) Patent 2,359,163/A/. 12 Jun 1975. 17p. (In German).

4 figs.

Fuel elements and control rods can be handled with a common gripping appliance. It is mounted on a travelling crab and has a gripping device with two pairs of grab jacks forming double tongs. One pair of tongs grips either the fuel elements or the control rods. The gripping appliance itself can be lifted and lowered. A common operating piston within a cylinder is provided for the two pairs of tongs, on which a bolt spring is continuously exerting a force in order to move the grabs or hold them in clutching position. For unlocking this position, e.g. compressed air is admitted to the piston. All of these operational elements are installed on or within the gripping device. This one is supported swingably about a horizontal axis by means of hinge pins between two side walls projecting downward. The swinging movement is caused by a gear wheel and a rack, the rack being mounted on one of the side walls, the gear wheel on a hinge pin. A locking mechanism holds the gripping device in the operational positions of the grabs.

22418 System containing a safety disk. Schupp, W. (to Commission of the European Communities). German (FRG) Patent 2,359,904/A/. 12 Jun 1975. 9p. (In German).

3 figs.

The safety element is not overdimensioned at pressures between 2 and 150 atmospheric excess pressure. Therefore the flat bursting disc is mounted within a supporting and stopping holding and the rated breaking point is covered by a supporting body. Its outer diameter sufficiently overlaps the recesses on both sides of the rated breaking point. It absorbs the total load given by the operating pressure. Only a release mechanism with slide wedge, eccentric disc, magnet, and rocker arm releases the supporting body, e.g. if the blow-down pressure is reached, so that the operating pressure may work on the bursting disc. An insulated copper wire layed in the breaking region within the bursting disc in case of shearing off signals the instant of failing of the breaking point because of current interruption.

22419 Calculation of the state of stress and strain and the evaluation of low-cycle strength of a torus-type compensating element. Gokun, M.V.; Egorov, M.I. *Energomashinostroenie*; No. 5, 23-25 (1976). (In Russian).

Result of calculation of a compensating element that is used in shell structures of nuclear power plants for pressurization of the joints between the shell flange and shell cover are presented. They have been obtained relying on an exact and an approximate design diagram.

22420 Study on prestressed concrete reactor vessel (PCR) structures, 2-4. Effective elastic constants for perforated concrete plates. *Obayashi-Gumi Gijutsu Kenkyusho-Ito*; No. 12, 1-7 (Feb 1976). (In Japanese).

Effective elastic constants are presented for perforated concrete plates with triangular penetration patterns such as top head

slabs of prestressed concrete reactor vessels. A formulation of the relationship between the effective elastic constants and the elastic constants of the material is derived from the two-dimensional elastic theory, and extensive numerical results covering a wide range of ligament efficiencies in the perforated plates with reinforcement are given for the plates. Finally, the applicabilities of these values to the plates in bending are examined in a number of examples.

22421 Study on prestressed concrete reactor vessel (PCR) structures, 2-5. Crack analysis of 1/20 multicavity type PCR subjected to internal pressure by three-dimensional finite element method. *Obayashi-Gumi Gijutsu Kenkyusho-Ho*; No. 12, 8-12 (Feb 1976). (In Japanese).

This report describes the propriety and the practicability of three-dimensional nonlinear finite element analysis for PCR structures subjected to internal pressure by comparing calculated results with test results. Because a PCR is composed of a number of structural materials and its configuration is very complex, it is most difficult to precisely analyze the inelastic behavior up to the ultimate load capacity. At first, therefore, a nonlinear analysis considering concrete cracking only was attempted. As a result, it was found possible to predict the behavior of a PCR up to three times the design pressure, and calculated results agreed well with test results.

22422 Study on prestressed concrete reactor vessel (PCR) structures, 4-1. Creep tests of concrete subjected to uniaxial and triaxial compressive stresses and normal temperature. *Obayashi-Gumi Gijutsu Kenkyusho-Ho*; No. 12, 13-17 (Feb 1976). (In Japanese).

The results are presented of creep tests of concrete conducted as a first step to clarify the long-term deformation behavior of a PCR. The tests were performed under the conditions of (1) uniaxial and triaxial stresses, (2) two different loading ages (30 days and 90 days), (3) sealed curing, and (4) normal temperature (20°C). Although there were some points in the testing procedures which could be improved, the basic behaviors under stress, which are, for instance, unit creep curve, creep recovery and creep Poisson's ratio, were obtained well on the whole. Further, the possibility of predicting creep under multiaxial stresses from uniaxial results was indicated.

22423 Some ultrasonic problems and their applications in nuclear field. Kondal Rao, N.; Balaramamorthy, K.; Venkataraman, L.; Subramanian, C.V. (Bhabha Atomic Research Centre, Bombay (India). Atomic Fuels Div.). *NDT (Non-destr. Test.) News*; 2: No. 1, 25-29 (Mar 1976).

From Seminar on NDT on boiler and pressure vessels; Calcutta, India (22 Mar 1975).

11 figures.

Typical problems encountered in employing ultrasonic testing techniques in the nuclear field and their solutions are illustrated by describing ultrasonic testing of the integrity of fabricated reactor components such as end fitting forgings and tank weldments and ultrasonic checking of the movement of silt deposits in sea-water inlet pipe-lines of reactor.

22424 Hydraulic bolt tightening instruments. 1. Design, maintenance, and operating experience. Lachner, H. (Kloekner-Ferromatik, Castrop-Rauxel, Ger.). *VGB Kraftwerkstechn.*; 56: No. 6, 401-407 (Jun 1976). (In German).

Tension values which deviate from the specified value by a maximum of only plus or minus 2.5% are attained by using hydraulic bolt tightening instruments. This high tightness precision is of considerable importance for compliance with the required safety factor of bolted joints between the dome and the pressure vessel of a reactor. A number of bolt tightening devices involving bolt transport, nut transport, and cover transport are described, some of which lend themselves to complete mechanization and to remote control and monitoring.

22425 Ultrasonic transducers for use in the testing of thin-walled tubing. Wiklund, J.; Idermark, U. (Sandvik AB (Sweden)). *Materialpruefung*; 18: No. 8, 280-284 (Aug 1976). (In German).

From Lecture meeting 1976 'non-destructive materials testing'; Lahnstein, Germany, F.R. (24 May 1976).

10 figs.

Variables often used for the identification of ultrasonic transducers, their influence on measuring results, and the requirements made on the sound field during immersion testing of thin-walled tubing are presented.

22426 Rohrleitungen. Auslegung, Herstellung, Pruefung. (Piping. Design, manufacturing, testing). Berlin, Germany, F.R.; Beuth (Aug 1976). 26p. (In German).

6 tabs.

The present standard deals with materials, design, construction, and testing of piping and parts of pipes.

22427 Lagerbecken fuer Brennelementbueundel von wassergekuehlten Leistungsreaktoren. (Pool facility for fuel assemblies for watercooled power reactors). Berlin, Germany, F.R.; Beuth (Aug 1976). 8p. (In German). (DIN—25428).